

基于快堆堆芯中子学计算软件 MOSASAUR 的物理-热工耦合计算方法研究

张 斌, 王连杰*, 娄 磊, 赵 晨

(中国核动力研究设计院 核反应堆技术全国重点实验室, 先进核能技术全国重点实验室, 四川 成都 610041)

摘要: 为满足快堆堆芯稳态及瞬态分析计算, 本文在铅冷快堆堆芯中子学计算程序 MOSASAUR 的基础上, 开展了物理-热工耦合计算方法研究。MOSASAUR 程序是基于确定论两步法计算策略, 由截面生成、能谱修正、堆芯计算及不确定性分析 4 个模块组成。本文采用刚性限制法求解三维时空动力学方程, 拓展了 MOSASAUR 中堆芯计算中的瞬态分析能力; 基于子通道程序 COBRA-YT 扩展了其对于液态金属冷却反应堆的热工水力计算能力, 并与 MOSASAUR 耦合, 作为热工反馈模块; 采用不动点迭代法耦合了物理中子场及温场, 最终形成了快堆堆芯稳态及瞬态的物理热工耦合计算。本文采用 LMW 基准题和 ORAL19 棒束问题分别对三维时空动力学计算和热工水力计算进行了模块验证; 基于 MicroURANUS 堆芯进行了堆芯稳态及瞬态耦合计算的验证。数值结果显示, 基于快堆堆芯中子学计算程序 MOSASAUR 的多物理耦合计算具有较高的计算精度。

关键词: 多物理耦合; 铅冷快堆; 瞬态分析; 热工水力计算; MOSASAUR

中图分类号: TL33

文献标志码: A

文章编号: 1000-6931(2025)03-0656-10

doi: 10.7538/yzk.2024.youxian.0519

Research of Neutron-thermal Hydraulic Coupling Calculation Method in Fast Reactor Code System MOSASAUR

ZHANG Bin, WANG Lianjie*, LOU Lei, ZHAO Chen

(National Key Laboratory of Nuclear Reactor System Design Technology, National Key Laboratory of Advanced Nuclear Energy Technology, Nuclear Power Institute of China, Chengdu 610041, China)

Abstract: The nuclear reactor core is a highly heterogeneous system where various physical phenomena are interrelated and coupled. The complex coupled interaction necessitates multi-physics calculations to realize more accurate and realistic simulations in core analysis, especially for the transient conditions of fast reactors. A full-core three-dimensional multi-physics calculation method was researched based on the fast reactor code system MOSASAUR, which is focused on both core steady-state and transient analyses of fast reactor. The deterministic two-step calculation strategy based on the homogenization theory is utilized in MOSASAUR to perform the reactor core neutronics analysis. There are four main functional modules in the previous version: cross-sections generation module, flux spectrum correction module, core simulation module and sensitivity and uncertainty analysis module. In cross-sections

收稿日期: 2024-06-27; 修回日期: 2024-08-20

基金项目: 国家自然科学基金(12205283, 12075228)

* 通信作者: 王连杰

generation module, the collision probability method was used to determine the neutron flux of the typical assemblies. Without using the flux spectrum correction module, the neutron flux for the equivalent one-dimensional assembly would be calculated to collapse the cross-sections from 1 968 groups into 33 groups. In the homogenization process, the super homogenization method was optional to be used as the homogenization technique. Based on the 33-group cross-sections, core simulation module simulated core neutron behaviors based on the neutron transport solvers, which was S_N method with triangular grid. The subchannel code COBRA-YT was utilized to carry out the thermal hydraulic calculations. By using COBRA-YT, the distributions of channel coolant temperature and fuel temperature were updated for the thermal feedback calculation of MOSASAUR. In order to extend the capability of COBRA-YT for LFR simulations and analyses, a series of modifications and enhancements have been implemented, including integrating thermophysical properties and empirical correlations related to liquid metals. By the modified COBRA-YT, the temperature distributions of fuel and coolant, pressure drop and coolant flow of LFR will be determined for the core steady-state and transient analyses. The stiffness confinement method (SCM) was employed to solve the time-dependent multi-group neutron transport equation. And the MOSASAUR code was modified to expand the capabilities for neutronic kinetics simulation. For the neutron-thermal hydraulic coupling calculation of fast reactor, the thermal feedback module was cooperated with the neutron transport calculation to update the coupling parameters. In the process of the iteration, the temperature distributions of fuel and coolant will be determined through thermal hydraulic calculation, which requires the core power distribution as the input information. The homogenized cross-sections will be updated by the interpolation method, which takes the temperature as the core-state variable. The homogenized cross-sections would be prepared in advance. Based on the updated cross-sections, the core simulation of LFR will be re-calculated and the obtained power distribution will be transferred to the next thermal hydraulic calculation. The LMW benchmark and the problem based on ORAL 19-rod bundle were employed to verify the accuracy of transient calculation and thermal hydraulic module respectively. Finally, the multi-physics calculation method was utilized to simulate the transient process of the MicroURANUS core. The simulation results demonstrate the capability of the constructed multi-physics calculation framework to accurately simulate the transient behaviors of LMRs. Numerical results show the good accuracy of the newly-developed multi-physics calculation module with MOSASAUR.

Key words: multi-physics coupling; lead cooled fast reactor; transient analysis; thermal hydraulic calculation; MOSASAUR

由于快谱堆芯的中子能谱硬,快堆在高效利用核能资源以及焚烧长寿命的核废料方面具有得天独厚的优势^[1]。因此,在第4代核反应堆的6种候选堆型中,快谱堆型占据了主要地位。铅冷却先进反应堆属于第4代核反应堆系统,铅作为反应堆冷却剂,其优良性能使反应堆的物理特性和安全运行具有显著优势。1) 资源利用率高。铅基材料具有较低的中子慢化能力及较小的俘获截面,故铅基堆可设计成较硬的中子能谱,可利用更多的富余中子实现核燃料再生、核废料嬗变,可

实现堆芯长寿期,并有利于防止核扩散。2) 安全性好。热工安全性好,铅基材料具有高热导率、低熔点、高沸点等特性,反应堆可运行在常压下,能达到较高的功率密度,铅基材料较高的热膨胀率和较低的运动黏度系数可确保反应堆具有足够的自然循环能力;化学安全性好,铅基材料化学性质较不活泼,几乎不与水和空气反应,因此避免了可能发生的剧烈化学反应。3) 经济性好。铅基反应堆无需大型高压容器,消除了中间二回路,辅助系统简单,建造和运行维护成本低。

为了兼顾计算效率及计算精度,目前的快堆堆芯物理计算方法通常基于两步法计算策略。首先对于堆内各类型燃料组件进行少群截面计算,采用等价理论^[2]、Tone 方法^[3]、超细群方法^[4]进行共振自屏蔽效应处理。栅格计算的中子通量密度采用中子输运计算进行求解,如碰撞概率法^[5]。目前国内外被广泛使用的快堆截面生成程序包括美国 MC²-3^[6]、欧洲 ECCO^[7]、中国 TULIP^[8] 等。同时,近年来随着计算机技术及计算方法的发展,一些学者也开始使用蒙特卡罗方法进行少群均匀化截面的产生^[9]。堆芯计算通常基于少群均匀化截面,采用中子扩散/输运方法及微观燃耗计算方法来进行全堆芯的模拟^[10-11]。MOSASAUR 程序是由中国核动力研究设计院针对快堆堆芯中子学模拟开发的计算软件,其同样为基于两步法计算策略的确定论计算程序^[5]。

反应堆堆芯是一个复杂的、多物理场耦合的高度非均匀系统。更为精确及符合实际的堆芯模拟要求不同的物理场进行耦合计算,尤其是在瞬态过程中的中子物理场及温度场之间存在的动态的、更为紧密的耦合关系。为了开展液态金属冷却反应堆的堆芯设计及分析,国内外学者开展了较多的多物理计算方法研究,如用于铅冷试验装置瞬态分析的 SIMMER-III 程序^[12]、耦合 PROTEUS 和 CFD 的 Nek5000 程序^[13]、美国阿贡国家实验室开发的用于钠冷快堆 KALIMER 分析的 SAS4A/SASSYS-1 程序^[14] 等。从方程求解的角度出发,多物理耦合计算中对各物理场的方程依次单独求解,在计算某个物理场方程求解时,方程中与其他物理场有关的变量为已知量,该方法在数学上属于算子分裂的处理方式(OS, operator-splitting method),通过对各物理场方程依次求解再进行迭代的隐式耦合方法为 Picard 方法^[15]。隐式耦合方法的收敛速度取决于各物理场分别独立式的求解算法,从数值迭代格式的角度属于不动点(FPI, fixed point iteration)格式的迭代。此外,多物理耦合计算是一个非线性问题,牛顿法作为一种联立求解非线性方程的数值计算方法,对于多物理耦合方程组的计算,是一种具有收敛速度更快的强力数学工具^[16-17]。在实际应用中,基于牛顿迭代的堆芯多物理耦合计算方法有 NK 方法(Newton-Krylov method)和 JFNK 方法(Jacobian-Free Newton-

Krylov method)。

本文在快堆堆芯中子学计算程序 MOSASAUR 的基础上,开展多物理耦合计算方法研究。首先,基于子通道程序 COBRA-YT^[18] 扩展其对液态金属冷却反应堆的热工水力计算能力,并嵌入 MOSASAUR 中作为温度场的计算模块。在 COBRA-YT 中增加金属铅等材料的相关物性参数及经验关系式,并与 MOSASAUR 原有的堆芯稳态计算模型耦合,形成具有物理热工反馈的稳态堆芯多物理耦合计算程序。其次,采用刚性限制法求解三维时空动力学方程,采用不动点迭代法耦合瞬态分析的中子物理场和温度场计算,形成瞬态堆芯多物理耦合计算程序。

1 MOSASAUR 软件

1.1 截面生成模块 MOCS

为了平衡计算精度与效率,MOCS 采用一维几何等效模型进行截面生成计算。在共振自屏蔽效应处理后,针对典型的组件结构进行输运计算,并对求解的中子通量密度进行能谱修正,按照反应率守恒和通量体积权重的准则将非均匀组件均匀化为均匀组件,得到均匀组件的均匀化少群截面。

共振计算采用窄共振近似和超细群方法耦合的方式进行。在高分能区,由于窄共振近似很好符合了快中子特性,因此在能量分界线以上,采用基于窄共振近似的共振计算方法。随着能量降低,窄共振近似引入的误差逐渐增大,此时采用超细群方法能够将能量划分为非常精细的间隔,精确模拟中子慢化过程,能够避免窄共振近似带来的误差,因此在能量分界线以下的能量区间,采用超细群方法进行共振自屏蔽效应处理。使用碰撞概率法进行组件中子通量密度计算。在不进行能谱修正的情况下,采用获得的中子通量密度来进行少群截面的归并。

1.2 堆芯计算模块 MOCO

堆芯计算程序 MOCO 利用 33 群的均匀化少群截面,采用 S_N 中子输运计算方法求解堆芯中子通量密度,而后利用堆芯中子通量密度进行堆芯功率计算、燃耗计算等。

堆芯中子输运计算采用三角形网格离散纵标节块法,并能够处理各向异性的散射源。为了能够更为精确地计算快堆堆内热量的产生,MOCO

研发了中光子耦合输运计算模块。MOCO 采用微观燃耗进行堆芯燃耗模拟, 采用 CRAM (Chebyshev rational approximation method) 求解燃耗方程。燃耗链方面, MOCO 有 3 种不同的燃耗链, 即 11 种重核、21 种重核以及最精确的 118 种重核, 对于铅冷快堆, 通常采用 21 种重核和 49 种裂变产物的燃耗链进行堆芯模拟。

2 理论模型

2.1 热工水力计算方法

子通道程序 COBRA-YT 用于热工水力计算。COBRA-YT 能够计算获得金属冷却快堆堆内的冷却剂温度分布及燃料温度分布, 这些参数会在多物理场耦合的迭代计算中进行更新。为了使 COBRA-YT 程序能够适用于快堆堆芯热工水力计算, 铅等金属材料的物性参数^[19]被增加到了程序中, 且更新了经验关系式, 包括用于摩擦压降计算的 UCTD 经验关系式^[20]、用于导热计算的 Mikityuk 经验关系式^[21]、交混因子公式 Cheng-Todreas^[22]等。

2.2 三维时空动力学计算方法

中子动力学方程是描述反应堆系统瞬态过程中堆芯动态特性的基本控制方程之一。从问题的物理特征出发, 利用动态频率变换技术, 实现中子通量密度平衡方程与缓发中子先驱核密度平衡方程的解耦, 将先驱核浓度 $C_i(\mathbf{r}, t)$ (\mathbf{r} 为空间向量, t 为瞬态过程中的时刻) 满足的方程中的刚性消除掉, 使刚性问题淹没在稳态方程的求解过程中, 确保在较大的时间离散补偿情况下获得较高的计算精度, 提升其计算效率。

MOCO 考虑裂变源各向同性, 散射源各向异性, 角度采用 S_N 离散, 三棱柱内的三维多群时空子输运方程如下:

$$\mu^m \frac{\partial \Psi_g^m(x, y, z)}{\partial x} + \eta^m \frac{\partial \Psi_g^m(x, y, z)}{\partial y} + \frac{\xi^m}{h_z} \frac{\partial \Psi_g^m(x, y, z)}{\partial z} + \Sigma_{t,g} \Psi_g^m(x, y, z) = \hat{Q}_g(x, y, z) \quad (1)$$

式中: m 为采用 S_N 离散后的某一角度方向; μ^m 、 η^m 、 ξ^m 分别为角度方向 m 在 x 、 y 、 z 坐标轴上的分量; g 为分群后的第 g 能群; $\Psi_g^m(x, y, z)$ 为 m 方向第 g 群的中子角通量密度; $\Sigma_{t,g}$ 为第 g 群的总截面; h_z 为三棱柱高度; $\hat{Q}_g(x, y, z)$ 为中子源项, 包括裂变源和散射源。

$C_i(\mathbf{r}, t)$ 主要来自于各向同性的裂变反应, 因此 $C_i(\mathbf{r}, t)$ 假设与方向无关。引入以下中子通量动态频率 $\omega_g(\mathbf{r}, t)$ 与缓发中子先驱核密度动态频率 $\mu_i(\mathbf{r}, t)$:

$$\omega_g(\mathbf{r}, t) = \frac{1}{\Psi_g^+(\mathbf{r}, \boldsymbol{\Omega}, t)} \frac{\partial}{\partial t} \Psi_g^+(\mathbf{r}, \boldsymbol{\Omega}, t) \quad (2)$$

$$\mu_i(\mathbf{r}, t) = \frac{1}{C_i(\mathbf{r}, t)} \frac{\partial}{\partial t} C_i(\mathbf{r}, t) \quad (3)$$

多群三维时空动力学方程能够表示为:

$$-\boldsymbol{\Omega} \cdot \nabla \Sigma_{t,g}^{-1}(\mathbf{r}, t) \nabla \Psi_g^+(\mathbf{r}, \boldsymbol{\Omega}, t) + \Sigma_{t,g}'(\mathbf{r}, t) \nabla \Psi_g^+(\mathbf{r}, \boldsymbol{\Omega}, t) = \Sigma_{s,g}'(\mathbf{r}, t) \phi_g(\mathbf{r}, t) + \sum_{g' \neq g} \Sigma_{s,gg'}'(\mathbf{r}, t) \phi_{g'}(\mathbf{r}, t) + k_{\text{Def}}^{-1} \chi_g'(\mathbf{r}) \sum_{g'} \nu \Sigma_{f,g'}(\mathbf{r}, t) \phi_{g'}(\mathbf{r}, t) \quad (4)$$

式中: $\boldsymbol{\Omega}$ 为角度向量; $\Sigma_{s,g}$ 为第 g 群的散射截面; $\Sigma_{s,gg'}$ 为由第 g' 群至第 g 群的散射截面; $\phi_g(\mathbf{r}, t)$ 为 t 时刻 \mathbf{r} 方向第 g 群的中子通量密度; k_{Def} 为特征值; χ_g 为第 g 群的裂变谱; $\nu \Sigma_{f,g}$ 为第 g 群的中子产生截面。

式(4)与稳态中子输运方程具有相同的形式。在动力学数值迭代过程中, 一旦获取 ω_g 和 μ_i 后, 可采取稳态中子输运方程对式(4)进行求解。

2.3 多物理耦合方法

堆芯稳态计算的多物理耦合计算流程如图 1 所示。在耦合迭代计算过程中, 热工反馈模块基于堆芯功率分布信息获得燃料温度分布及冷却剂温度分析, 用于更新堆芯中子物理场计算; 获得燃料及冷却剂温度信息后, 通过截面插值更新少群

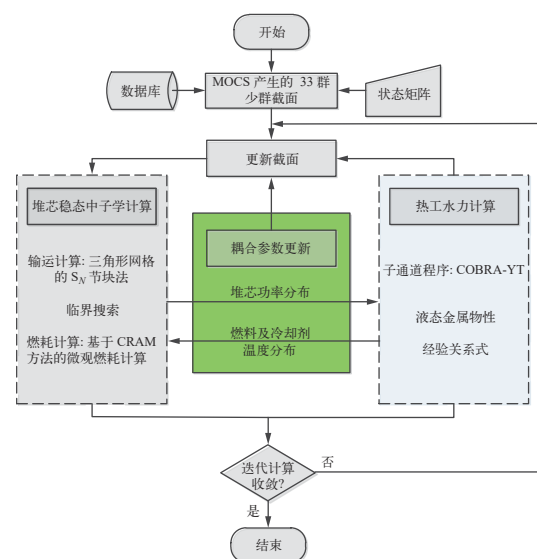


图 1 堆芯稳态计算流程

Fig. 1 Calculation process of steady-state core calculation

均匀化截面,进而重新进行堆芯中子物理场计算,获得更新后的堆芯功率分布信息。

堆芯瞬态计算的多物理耦合计算流程如图2所示,不动点迭代方法(FPI)被用于每个时间步下的迭代计算。FPI方法耦合流程如图3所示,在每个时间步接收来自对方程序的耦合参数后,对同一时刻相邻两迭代的耦合参数做收敛判断,若参数收敛则进行下一时间步计算;若参数不收敛则重回到上一时间步的状态,重新进行计算,直至收敛。FPI方法需记录每个时间步收敛状态下的参数,如在物理计算中,需保存中子通量、控制棒位置、横向泄漏项、缓发中子先驱核浓度和中子

通量矩等;在热工计算中,需保存子通道尺寸、棒束热流密度、冷却剂和燃料热工参数等。

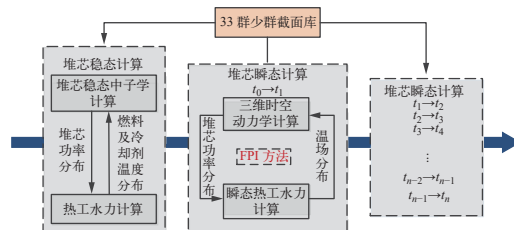


图2 堆芯物理热工耦合瞬态计算流程

Fig. 2 Process of neutron-thermal hydraulic coupling transient core calculation

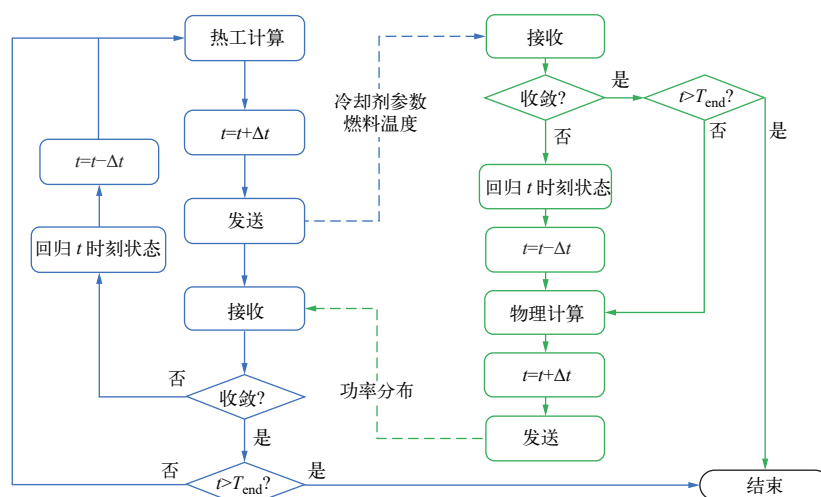


图3 基于FPI方法的耦合程序流程

Fig. 3 Process of coupling calculation based on FPI method

为增加不动点迭代的稳定性并减少迭代次数,在耦合计算过程中采用松弛因子调整了耦合参数的计算。在本研究中,收敛准则为两次迭代得到的耦合参数(功率密度、燃料温度、冷却剂温度和密度)相对变化量,其中功率密度收敛较难,一般耦合采用功率密度作为收敛判据即可。在 t 时刻的初次迭代中,热工计算所采用的节块功率密度仍来自上一时刻,通过热工和物理计算,可得到 t 时刻的热工参数和功率分布。假设第1次耦合中使用的功率密度和热工参数均不收敛,那么初次迭代所生成的功率密度将作为新的耦合参数传递给热工程序,得到第2个迭代步的耦合参数,比较两次迭代的耦合参数是否满足收敛准则,如果收敛,则进行下一时刻计算;如果不满足,则继续迭代直至收敛。

3 数值计算与分析

3.1 单模块验证

1) 三维时空动力学模块验证

本节的数值验证和分析主要基于LMW基准题^[23]完成。LMW基准题模拟了涉及控制棒移动的运行瞬态,堆芯几何布置如图4所示。反应堆高200 cm,由尺寸为20 cm×20 cm×160 cm的两种燃料组件组成,在径向和轴向布置20 cm的反射层,外边界条件为真空条件。瞬态过程是由两个控制棒组的轴向移动引起:瞬态开始前,控制棒组1插入至堆芯中部100 cm处,控制棒组2提出堆芯活性区外;在0.0~26.667 s,第1组控制棒从堆芯100 cm高度处以3 cm/s的速度提出堆芯活性区;在7.5~47.5 s,第2组控制棒从堆芯顶端以3 cm/s的速度插入堆芯60 cm处,整个瞬态过程持

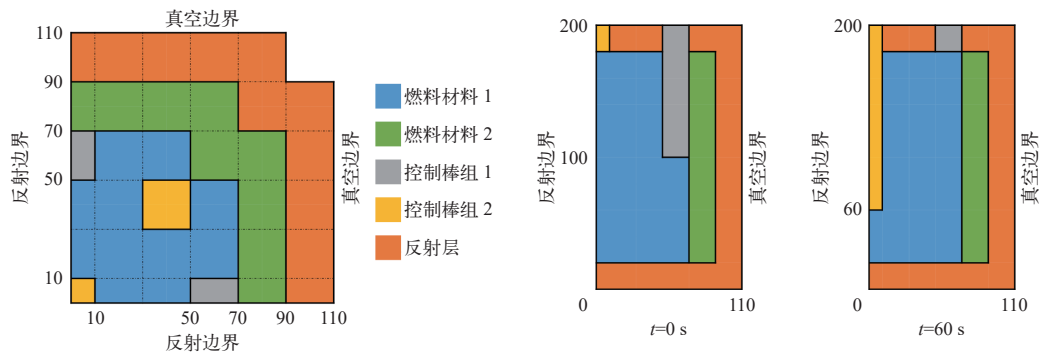


图4 LMW 基准题径向与轴向布置
Fig. 4 Radial and axial arrangements of LMW benchmark

续 60 s。利用中子动力学计算模块对 LMW 基准题进行计算, 计算时间步长选择 0.5 s, 选择了瞬态过程中堆芯的归一化总功率以及瞬态第 30 s 时间点下的归一化组件功率作为验证参数。

图 5 和表 1 给出了使用 MOSASAUR 程序计算 LMW 基准题得到的瞬态过程堆芯总功率的变化以及与参考值的相对偏差。可看出, 瞬态过程计算的总功率相对偏差绝对值最大为 4.542%, 发生在 $t=30$ s。图 6 示出了 $t=30$ s 时的组件功率分布相对

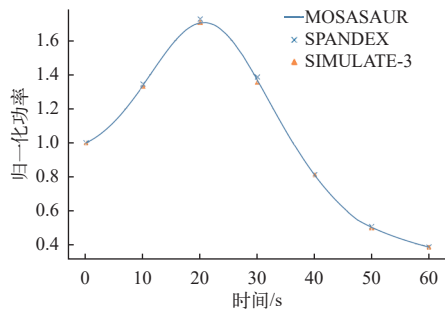


图5 LMW 基准题瞬态过程功率变化
Fig. 5 Core power of transient process for LMW benchmark

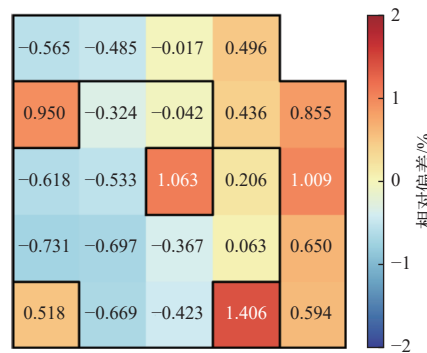


图6 LMW 基准题 $t=30$ s 时的组件功率分布相对偏差
Fig. 6 Relative deviation of assembly power distribution at $t=30$ s for LMW benchmark

偏差, 组件功率计算的最大相对偏差为 1.406%。

2) 热工反馈模块验证

本节的数值验证和分析主要基于参考文献 [25] 对于铅流体的 ORAL-19 基准棒束的子通道计算结果完成。基于 ORAL-19 棒束的设计参数, 参考文献 [25] 开展了使用子通道程序 COBRA-EN 计算铅流体的 ORAL-19 棒束的研究。图 7 示出了

表 1 LMW 基准题瞬态过程功率相对偏差
Table 1 Relative deviation of core power in transient process for LMW benchmark

时间/s	基准题参考结果及与计算值的相对偏差				
	功率 计算值	SPANDEX ^[23]	相对 偏差/%	SIMULATE-3 ^[24]	相对 偏差/%
0	1.000	1.000	0.000	1.000	0.000
10	1.314	1.347	-2.450	1.333	-1.425
20	1.656	1.727	-4.111	1.707	-2.988
30	1.324	1.387	-4.542	1.359	-2.575
40	0.790	0.813	-2.829	0.813	-2.829
50	0.492	0.507	-2.958	0.500	-1.600
60	0.378	0.387	-2.325	0.387	-2.325

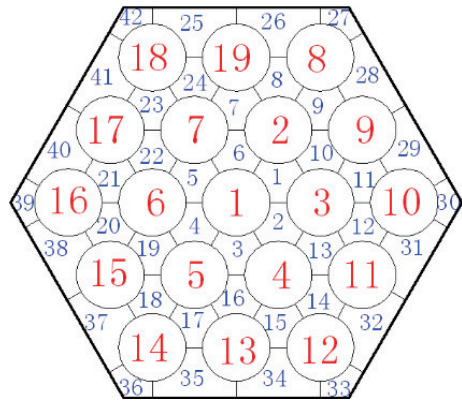


图7 ORAL-19 棒束子通道划分示意图
Fig. 7 Schematic diagram of ORAL-19 rod bundle subchannel division

参考的 ORAL-19 棒束子通道划分示意图。本节利用子通道计算模块对铅流体的 ORAL-19 棒束进行计算, 选择了 4 种位于不同位置的特征子通道(通道 1、10、28、30)中的冷却剂温度和质量流速作为比较参数用于验证。

图 8 示出了使用 COBRA 程序计算 ORAL-19

棒束得到的 4 种类型子通道的温度和质量流速随高度的变化, 并给出了参考结果^[7]以及允许的偏差范围, 可看到在 4 种典型的子通道中, 温度和质量流速都与参考解吻合良好, 并且在要求的计算偏差范围内, 最大冷却剂温度偏差不超过 2.68 K, 最大质量流速相对偏差不得超过 0.20%。

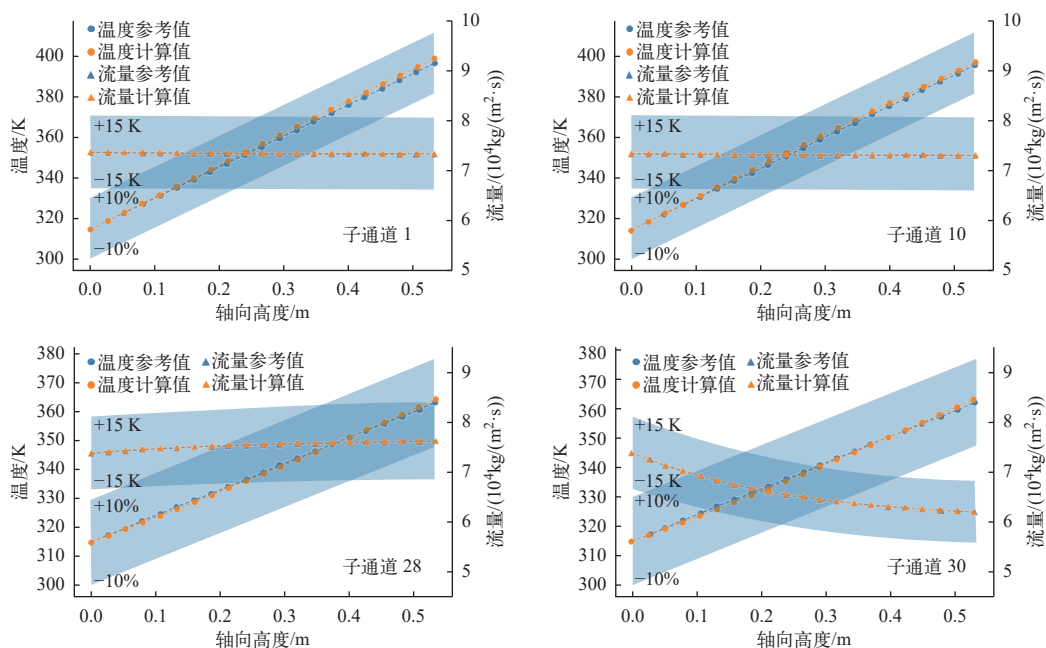


图 8 4 种类型子通道的温度和质量流速变化

Fig. 8 Temperature and mass flow rate variations of four types of subchannels

3.2 集成验证

MicroURANUS^[26]是由韩国 UNIST 提出的铅铋快堆概念设计, 其设计目标是在不换料的情况下实现 30 a 全功率运行。对该堆芯进行建模, 如图 9 所示, 堆芯活性区高度为 155 cm, 上下反射层厚度为 20 cm。

1) 核热耦合稳态计算验证

对 MicroURANUS 堆芯进行稳态核热耦合计算, 计算中实现了中子物理模块向热工子通道模块的功率传递, 以及热工子通道模块向中子物理模块的冷却剂温度以及燃料棒温度的传递。在两个模块间进行迭代求解, 直至收敛。

图 10 为稳态核热耦合计算的堆芯归一化功率分布及其相对偏差, 参考值由 MORPHY 程序^[27]计算得到, 其组件功率相对偏差最大为 5.0%。图 11 为稳态核热耦合计算的堆芯冷却剂温度最大偏差及燃料温度最大偏差, 燃料温度的最大偏

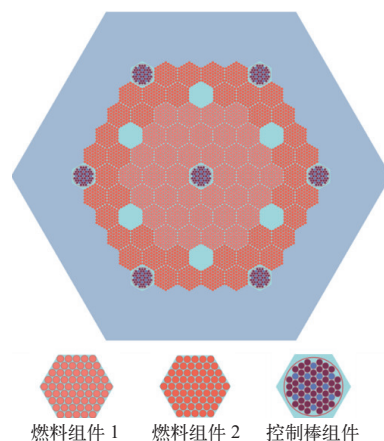


图 9 MicroURANUS 堆芯模型示意图

Fig. 9 Core layout diagram of MicroURANUS

差为 9.19 K, 冷却剂温度的最大偏差为 3.64 K。

2) 核热耦合瞬态计算验证

首先对 MicroURANUS 堆芯进行控制棒落下的瞬态核热耦合计算。

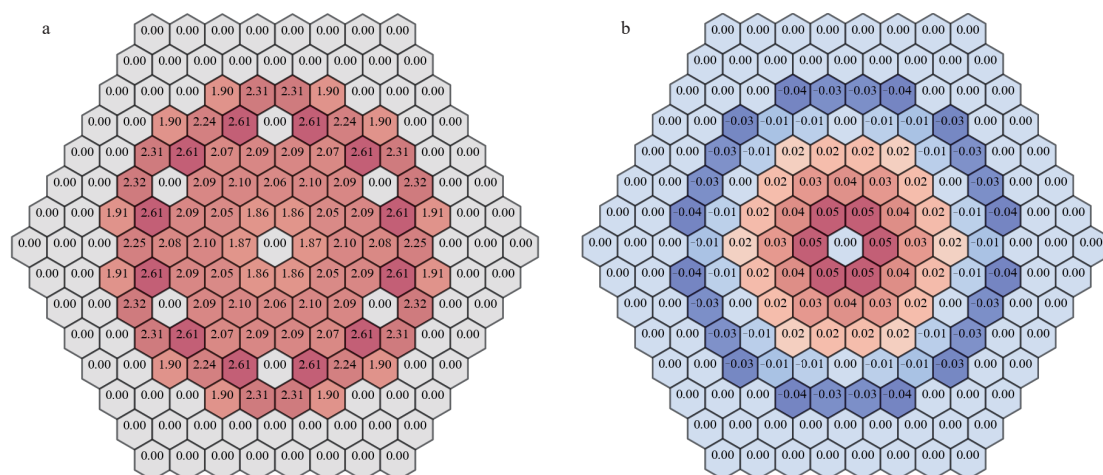


图 10 堆芯归一化功率分布(a)及其相对偏差(b)

Fig. 10 Results of assembly normalized power (a) and relative deviation (b)

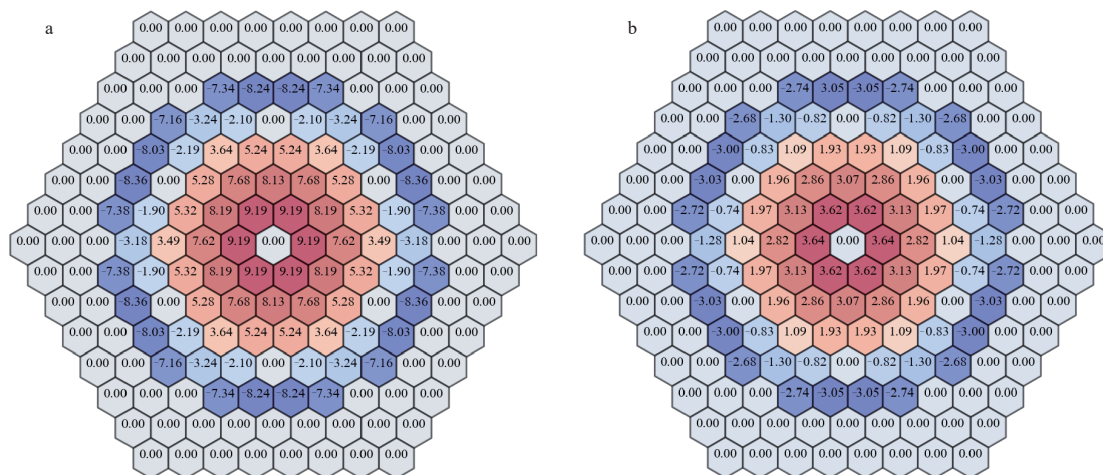


图 11 堆芯燃料温度(a)及冷却剂温度(b)最大偏差

Fig. 11 Maximum deviations of core fuel temperature (a) and coolant temperature (b)

瞬态工况为: 控制棒初始棒位位于活性区底部上方 25.0 cm, 在 0~5 s 时, 控制棒以 5.0 cm/s 的速度落下, 在 5~20 s 时, 控制棒位置保持不变。

图 12、13 分别示出了 MOSASAUR 计算的控制棒下落瞬态的核热耦合结果及其偏差, 参考结果由 MORPHY 程序给出。从图 12 可看出, 瞬态过程中, 堆芯总功率的相对偏差绝对值小于 6.0%。由图 13 可看出, 瞬态过程中, 组件功率最大相对偏差绝对值在 7.64% 左右, 冷却剂温度最大偏差为 -4.71 K, 燃料温度最大偏差为 -12.09 K。

其次对 MicroURANUS 堆芯进行入口冷却剂温度变化的瞬态核热耦合计算。

瞬态工况为: 入口冷却剂温度由初始的 523.15 K, 在 0~5 s 时线性变化至 623.15 K; 在 5~20 s 时, 入口冷却剂温度维持 623.15 K 不变。

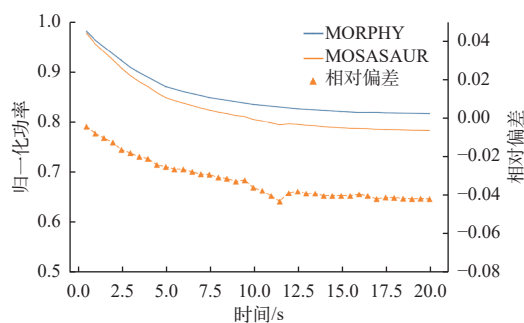
图 12 控制棒下落瞬态堆芯总功率变化及其相对偏差
Fig. 12 Results of core power and its relative deviations during process of transient caused by control rod dropping

图 14、15 分别为 MOSASAUR 计算的入口冷却剂温度变化瞬态的核热耦合结果及其偏差。从图 14 可看出, 瞬态过程中, 堆芯总功率的相对偏差绝对值小于 2.0%。由图 15 可看出, 瞬态过程中,

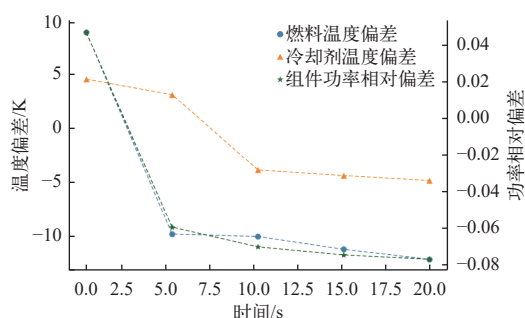


图 13 控制棒下落瞬态组件功率相对偏差以及燃料和冷却剂温度偏差

Fig. 13 Relative deviations of assembly power and fuel temperature and coolant temperature during process of transient

组件功率最大相对偏差为 4.66%, 冷却剂温度偏差最大为 3.63 K, 燃料温度偏差最大为 14.15 K 左右。

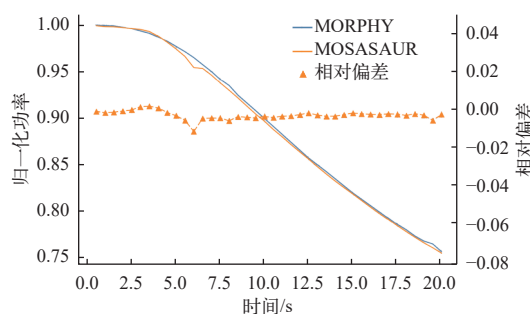


图 14 入口冷却剂温度瞬态堆芯总功率变化及其相对偏差

Fig. 14 Results of core power and its relative deviations during process of transient caused by inlet temperature

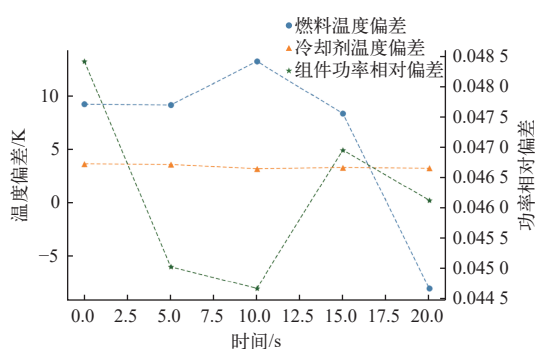


图 15 入口冷却剂温度瞬态组件功率相对偏差以及燃料和冷却剂温度偏差

Fig. 15 Relative deviations of assembly power and fuel temperature and coolant temperature during process of transient

4 结论

为满足快堆堆芯稳态及瞬态分析计算, 本文在快堆堆芯中子学计算程序 MOSASAUR 的基础上, 开展了多物理耦合计算方法研究。本文采用

刚性限制法求解三维时空动力学方程, 拓展了 MOSASAUR 中堆芯计算的瞬态分析能力; 基于子通道程序 COBRA-YT 扩展了其对金属冷却快堆的热工水力计算能力, 作为耦合计算中的热工反馈模块; 采用不动点迭代法耦合了堆芯物理中子学计算及热工反馈计算, 最终形成了基于快堆堆芯中子学计算程序 MOSASAUR 的稳态及瞬态物理-热工耦合计算方法。本文分别采用 LMW 基准题和 ORAL-19 基准棒束问题对三维时空动力学计算方法和热工水力计算方法进行了验证, 并基于 MicroURANUS 堆芯进行了堆芯稳态及瞬态耦合计算验证。堆芯稳态耦合计算结果显示组件功率最大相对偏差绝对值小于 5.0%, 堆芯冷却剂温度最大偏差小于 5.0 K, 燃料温度最大偏差小于 10.0 K; 不同瞬态工况下堆芯总功率的相对偏差绝对值小于 6.0%, 组件最大相对偏差绝对值小于 10.0%。数值结果显示基于快堆堆芯中子学计算程序 MOSASAUR 的多物理耦合计算具有较高的计算精度。

参考文献:

- [1] BOUCHARD J, BENNETT R. Generation IV advanced nuclear energy systems[J]. Nuclear Plant Journal, 2008, 26(5): 42-45.
- [2] CHAO Y A, YARBROUGH M B, MARTINEZ A S. Approximations to neutron escape probability and Dancoff correction[J]. Nuclear Science and Engineering, 1981, 78(1): 89-91.
- [3] TONE T. A numerical study of heterogeneity effects in fast reactor critical assemblies[J]. Journal of Nuclear Science and Technology, 1975, 12(8): 467-481.
- [4] LEVITT L B. The probability table method for treating unresolved neutron resonances in Monte Carlo Calculations[J]. Nuclear Science and Engineering, 1972, 49(4): 450-457.
- [5] ZHANG B, WANG L, LOU L, et al. Development and verification of lead-bismuth cooled fast reactor calculation code system Mosasaur[J]. Frontiers in Energy Research, 2023, 10: 1055405.
- [6] HENRYSON H, TOPPEL B J, STERNBERG C G. ETOE-2/MC2-2/SDX, multigroup neutron cross section processing system[C]//Nuclear Data Processing Codes. Ispra, Italy: [s. n.], 1973.
- [7] GRIMSTONE N M. Accurate treatment of fast reactor fuel assembly heterogeneity with the ECCO cell code [C]//Proceeding of PHYSOR90. Marseille, France: [s. n.],

- 1990.
- [8] ZHENG Y, DU X, XU Z, et al. SARAX: A new code for fast reactor analysis part I: Methods[J]. *Nuclear Engineering and Design*, 2018, 340: 421-430.
- [9] HEO W, KIM W, KIM Y. Feasibility of a Monte Carlo-deterministic hybrid method for fast reactor analysis [C]//Proceeding of M&C 2013. Idaho: [s. n.], 2013.
- [10] PALMIOTTI G, LEWIS E E, CARRICO C B. VARIANT: VARIational anisotropic nodal transport for multi-dimensional cartesian and hexagonal geometry calculation, ANL-95/40[R]. US: ANL, 1995.
- [11] ZHENG Y, QIAO L, ZHAI Z A, et al. SARAX: A new code for fast reactor analysis, part II: Verification, validation and uncertainty quantification[J]. *Nuclear Engineering and Design*, 2018, 331: 41-53.
- [12] LIU P, CHEN X, RINEISKI A, et al. Transient analyses of the 400MWth-class EFIT accelerator driven transmitter with the multi-physics code: SIMMER-III[J]. *Nuclear Engineering and Design*, 2010, 240(10): 3481-3494.
- [13] SHEMON E R, YU Y, JUNG Y S, et al. Extension and demonstration of NEAMS multiphysics tools to lead-cooled, sodium-cooled, and molten salt fast reactor applications, ANL/NSE-19/30[R]. US: ANL, 2019.
- [14] KWON Y M, JUNG H Y, HA K S, et al. Evaluation of the inherent safety of the KALIMER-150 design using the SAS4A/SASSYS-1 computer code[R]. [S. l.]: [s. n.], 2005.
- [15] 廖承奎, 谢仲生. 耦合的 PWR 三维物理与热工-水力堆芯瞬态分析程序系统 NLSANMT/COBRA-IV[J]. 核动力工程, 2003, 24(5): 412-416.
- LIAO Chengkui, XIE Zhongsheng. Coupled kinetic and thermal-hydraulic three dimensional code system NLSANMT/COBRA-IV for PWR core transient analysis[J]. *Nuclear Power Engineering*, 2003, 24(5): 412-416(in Chinese).
- [16] 张汉, 郭炯, 邹颖杰, 等. 高温气冷堆全耦合系统直接联立求解的方法研究和程序开发[J]. 原子能科学技术, 2022, 56(2): 271-284.
- ZHANG Han, GUO Jiong, WU Yingjie, et al. Simultaneous solution for whole high temperature gas-cooled reactor coupled system: Method research and code development[J]. *Atomic Energy Science and Technology*, 2022, 56(2): 271-284(in Chinese).
- [17] HAMILTON S, BERRILL M, CLARNO K, et al. An assessment of coupling algorithms for nuclear reactor core physics simulations[J]. *Journal of Computational Physics*, 2016, 311: 241-257.
- [18] YANG D, LIU X, XIONG J, et al. Coupling of neutronics and thermal-hydraulics codes for the simulation of reactivity insertion accident for LFR[J]. *Progress in Nuclear Energy*, 2018, 106: 20-26.
- [19] SOBOLEV V. Database of thermophysical properties of liquid metal coolants for GEN-IV[R]. [S. l.]: [s. n.], 2011.
- [20] CHEN S K, CHEN Y M, TODREAS N E. The upgraded Cheng and Todreas correlation for pressure drop in hexagonal wire-wrapped rod bundles[J]. *Nuclear Engineering and Design*, 2018, 335: 356-373.
- [21] MIKITYUK K. Heat transfer to liquid metal: Review of data and correlations for tube bundles[J]. *Nuclear Engineering and Design*, 2009, 239(4): 680-687.
- [22] CHENG S K, TODREAS N E. Hydrodynamic models and correlations for bare and wire-wrapped hexagonal rod bundles—Bundle friction factors, subchannel friction factors and mixing parameters[J]. *Nuclear Engineering and Design*, 1986, 92(2): 227-251.
- [23] BAN Y, ENDO T, YAMAMOTO A. A unified approach for numerical calculation of space-dependent kinetic equation[J]. *Journal of Nuclear Science and Technology*, 2012, 49(5): 496-515.
- [24] GOLUOGLU S. A deterministic method for transient, three-dimension neutron transport[D]. Knoxville, USA: The University of Tennessee, Knoxville, 1997.
- [25] TIAN Y H, TIAN W X, MENG Z M, et al. Sub-channel analysis of Pb-Bi-cooled reactor with modified COBRA-EN[C]//Proceedings of 2014 22nd International Conference on Nuclear Engineering. Czech Republic: [s. n.], 2014.
- [26] NGUYEN T D C, KHANDAQ M F, JEONG E, et al. MicroURANUS: Core design for long-cycle lead-bismuth-cooled fast reactor for marine applications[J]. *International Journal of Energy Research*, 2021, 45(8): 12426-12448.
- [27] ZHANG T, YANG M, LUO C, et al. Multi-physics coupled analyzes of research nuclear reactors based on steady-state and kinetics models[J]. *Annals of Nuclear Energy*, 2024, 196: 110231.